

UNIVERSIDAD NACIONAL DE INGENIERÍA

Facultad de Ciencias

Escuela Profesional de Física



INFORME DE SUFICIENCIA

PARA OPTAR EL TÍTULO PROFESIONAL DE LICENCIADO EN FÍSICA

Titulado:

DETERMINACIÓN DE LA REACTIVIDAD EN EL REACTOR NUCLEAR

RP 10 POR LA TÉCNICA DE CINÉTICA INVERSA

Presentado por:

JULIO ORÉ GARCÍA

Asesor:

Dr. HERIBERTO SÁNCHEZ C.

LIMA – PERÚ

2010

Dedicado a:

Mis hijos Laura, Sharon y Julio, motivos de mi vida,
a mi esposa Liz, por su inmenso amor y
a mis padres Julio y Laura por su eterno apoyo

TABLA DE CONTENIDOS

	Página
Resumen	V
Introducción	1
Capítulo 2: Parte teórica	2
2.1. Reactor Nuclear	2
2.1.1. ¿Qué es un reactor nuclear?	2
2.1.2. Objetivos en el diseño de un reactor nuclear	2
2.1.3. Balance de neutrones dentro del reactor nuclear	3
2.1.4. Neutrones instantáneos y retardados	5
2.1.5. Fracción de neutrones retardados en un reactor finito ...	6
2.2. Evolución de la población neutrónica	8
2.2.1. Hipótesis del modelo del reactor puntual (MRP)	8
2.2.2. Balance en la población instantánea	9
2.2.3. Ecuaciones del MRP a m grupos de neutrones retardados	12
2.3. Métodos de Estimación de la Reactividad	15
2.3.1. Métodos de ruido y fuente pulsada	16
2.3.2. Período asintótico	16
2.3.3. Cinética directa e inversa	17

2.3.4. Factor de seguridad en reactividad (FSR)	20
Capítulo 3: Parte experimental	21
3.1. El reactor nuclear RP10	21
3.2. Sistema de medición	23
3.1.2. Descripción del sistema	23
3.1.2. Descripción del programa de computación utilizado	26
3.2. Medición de reactividad: calibración de barras	30
Capítulo 4: Discusión de resultados	36
Conclusiones	39
Agradecimientos	40
Referencias bibliográficas	41

RESUMEN

El presente trabajo de investigación se llevó a cabo en el Laboratorio de Física de Reactores del Grupo de Cálculo, Análisis y Seguridad, perteneciente a la Dirección General de Instalaciones del Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN)

El conocimiento de la reactividad en un reactor nuclear es de gran importancia para la operación segura del mismo y gestión del combustible nuclear. Debido a ello se requiere de técnicas e instrumentación que permitan la determinación de dicho parámetro nuclear. Algunos métodos implican procedimientos experimentales extensos y procesamiento largo de datos, además gran incertidumbre de los mismos.

En la presente monografía se describe la implementación de un sistema de medición en el reactor nuclear RP-10 que permite obtener la reactividad con mucha mayor precisión y rapidez, comparado con los métodos tradicionales como, por ejemplo el método de periodo asintótico.

INTRODUCCIÓN

Los métodos tradicionales para mediciones en el reactor están basados en la utilización de monitores de flujo tales como hojuelas de oro, manganeso, indio y otros, y traen consigo inherentes errores debido a las correcciones por autoabsorción y autoblandaje por el uso de estos mismos monitores, que por supuesto, son propios en ese tipo de método [1]. Sin embargo por la técnica de la cinética inversa es posible realizar experimentos de reactividad en el núcleo; tales como: calibración de barras de control, medición del coeficiente de vacío y temperatura con alta precisión y rapidez.

Es así que se ha implementado un sistema on-line para medir la reactividad de las barras de control y/o seguridad del reactor nuclear. En el presente trabajo se utilizó el modelo de reactor puntual; que no depende de la posición de la cámara de ionización compensada [1,2]. Por ello para medir la reactividad es suficiente efectuar las mediciones con una sola cámara. Para medir otros parámetros nucleares del reactor, como por ejemplo la potencia se requiere considerar la geometría del mismo. En este caso es indispensable el uso de al menos dos cámaras.

CAPÍTULO 2

PARTE TEÓRICA

2.1. Reactor Nuclear

2.1.1. ¿Qué es un reactor nuclear?

Un reactor nuclear es un arreglo de un conjunto de material fisible de tamaño conveniente y algunos otros materiales requeridos para mantener la reacción nuclear neutrónica en cadena [1].

2.1.2. Objetivos en el diseño de un reactor nuclear

- Alcanzar una reacción en cadena auto sostenida, con los materiales disponibles
- Nivel de potencia variable (constante a distintos niveles), que responda a los mecanismos de control disponibles
- Extracción de la energía liberada por la fisión, en condiciones de temperatura (T_{max} y ΔT) compatibles con los materiales y componentes del reactor.

2.1.3. Balance de neutrones dentro del reactor nuclear

Dentro del núcleo del reactor, se genera una reacción de fisión en cadena en la cual desaparecen (D) y se producen (P) neutrones por unidad de tiempo.

La evolución de la población neutrónica (N) en el reactor está determinada por la siguiente ecuación de balance para la densidad neutrónica:

$$\frac{dN}{dt} = P - D \quad (1)$$

Mientras que la estática de Reactores estudia casos de equilibrio donde $P=D$, la cinética estudia la relación entre la evolución de la población neutrónica y un desbalance entre la producción y la destrucción ($P \neq D$). Las causas de este desbalance pueden ser:

- movimiento de barras de control
- quemado de combustible
- formación de material fisionable y/o veneno
- accidentes
- fenómeno de realimentación

En la figura 1 a modo ilustrativo mostramos la historia de los neutrones en un reactor, en el cual de los 100 neutrones rápidos (≈ 2 MeV) que “nacen” producto de la fisión nuclear del U-235, luego de las diferentes interacciones nucleares y con la materia circundante, 40 llegan a producir nuevamente fisión, generando en promedio 2,5 neutrones rápidos por fisión, manteniéndose así la reacción nuclear en cadena.

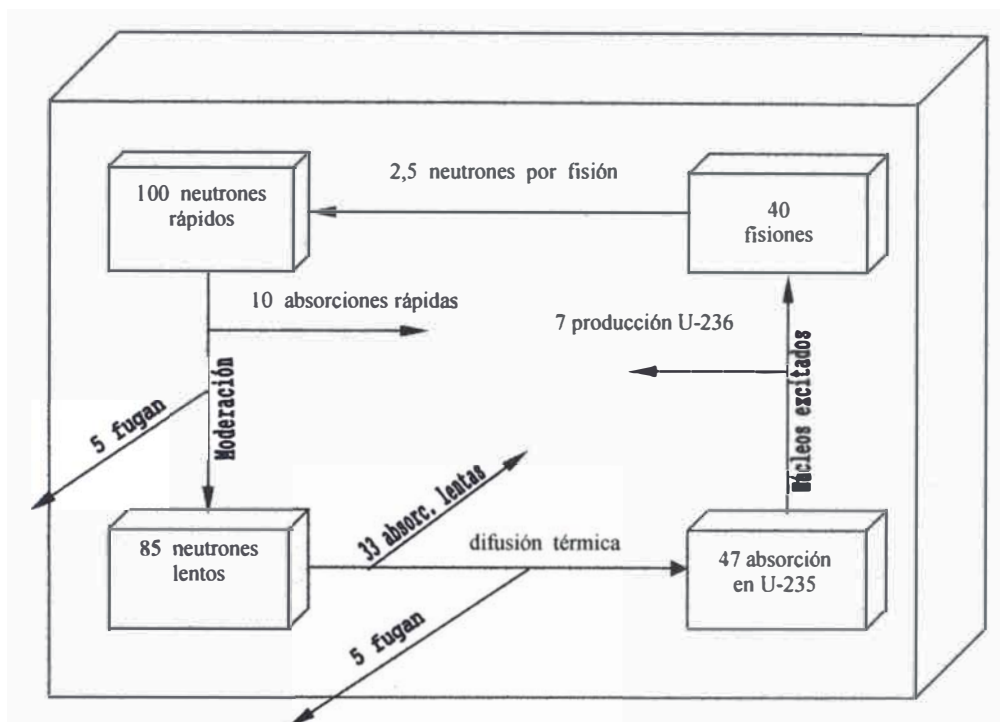


Figura 1. Historia típica de los neutrones en un reactor. [3]

De acuerdo a la relación entre P y D se diferencian tres estados característicos del reactor:

1. $P < D$: reactor subcrítico
2. $P = D$: reactor crítico
3. $P > D$: reactor hipercrítico

En la cinética se presentan dos tipos de problemas a resolver: el directo y el inverso. En la llamada “Cinética directa”, se plantea el problema de obtener la evolución de la población neutrónica, para una dada evolución de la relación P/D ,

mientras que el objetivo de la “Cinética inversa” es, conocida la evolución de la población neutrónica, halla la evolución de la relación P/D [1].

2.1.4. Neutrones instantáneos y retardados [1]

Sea un isótopo físil “j” perteneciente al combustible del reactor. En la fisión de este isótopo, se producen en promedio $\bar{\nu}_j$ neutrones que de acuerdo al tiempo de aparición, se clasifican en $(1-\beta_{Nj})\bar{\nu}_j$ neutrones “instantáneos” y $\beta_{Nj}\bar{\nu}_j$ neutrones “retardados”. A β_{Nj} se le llama “fracción nuclear de neutrones retardados” y es en general $< 1\%$.

Los neutrones instantáneos, aparecen en $\approx 10^{-14}$ segundos después de la fisión, con un espectro de energía $\chi_{pj}(E)$ con energía media E_{pj} . Estos neutrones tienen una vida media en el reactor, llamada “vida media de los neutrones instantáneos” l_p “ó simplemente vida l”, tal que $l_p \approx t_d$ el tiempo de difusión.

Los neutrones retardados, aparecen como consecuencia del decaimiento radiactivo de los productos de fisión. Su contribución a la cinética del reactor, se tiene en cuenta a través del decaimiento de un conjunto de “m” grupos de “precursores”, donde la concentración C_{ij} de cada grupo “i” decae con una constante λ_{ij} , dando lugar a $\beta_{Nij}\bar{\nu}_j$ neutrones, que en promedio aparecerán en un tiempo $\frac{1}{\lambda_{ij}}$

después de la fisión, con un espectro de energía $\chi_{dj}(E)$ con energía media \bar{E}_{dj} . De acuerdo a este modelo, resulta:

$$\beta_{Nj} = \sum_{i=1}^m \beta_{Nij} \quad (2)$$

A estos neutrones, se le asocia una vida media “ l_{dj} ”, siendo:

$$l_{dj} = l_p + \sum_{i=1}^m \frac{\beta_{Nij}}{\lambda_{ij}} \approx \sum_{i=1}^m \frac{\beta_{Nij}}{\lambda_{ij}} \quad (3)$$

Para encontrar adecuadamente la cinética del reactor, se ha encontrado que es necesario y suficiente considerar $m=6$. En adelante, considerando un solo isótopo (ej. U^{235}), no escribiremos el subíndice “j” para simplificar la notación.

2.1.5. Fracción de neutrones retardados en un reactor finito

Durante el proceso de moderación en un reactor térmico, el neutrón interacciona con los átomos del medio (moderador) disminuyendo su energía hasta la energía térmica, con la cual vuelve a tener alta probabilidad de producir la fisión. Dado que $\bar{E}_p \neq \bar{E}_d$ (para el U^{235} : $\bar{E}_p \approx 2$ MeV; $\bar{E}_d \approx 0.4$ MeV), en un reactor finito la probabilidad de escape durante este proceso será distinta para los neutrones instantáneos y retardados, siendo necesario definir la “fracción efectiva de neutrones retardados β_{ef} ”, como la fracción de estos neutrones que llegan a energía térmica:

$$\beta_{ef} = \frac{N^\circ \text{ de neutrones retardados térmicos}}{N^\circ \text{ de neutrones (inst. + ret.) térmicos}} \quad (4)$$

Para encontrar la relación entre β_{ef} y β_N , partimos de la definición de la fracción efectiva de los neutrones retardados para el grupo “i”:

$$\beta_i = \frac{\beta_{Ni} p_i P_{FNL}^{(i)}}{(1 - \beta_{Ni}) p^{(p)} P_{FNL}^{(p)} + \beta_{Ni} p_i P_{FNL}^{(i)}} \quad (5)$$

Donde $P_{FNL}^{(p)}$ y $P_{FNL}^{(i)}$ son las probabilidades de no fuga durante la moderación, para neutrones instantáneos y para neutrones retardados del grupo i respectivamente, $p^{(p)}$ y p_i son las probabilidades de escape a la resonancia del U^{238} para neutrones instantáneos y para neutrones retardados del grupo i respectivamente

Asumiendo: $p_i \approx p^{(p)}$, resulta:

$$\beta_i \approx \frac{\beta_{Ni} P_{FNL}^{(i)}}{(1 - \beta_{Ni}) P_{FNL}^{(p)} + \beta_{Ni} P_{FNL}^{(i)}} = \frac{\beta_{Ni} P_{FNL}^{(i)}}{P_{FNL}^{(p)} + \beta_{Ni} (P_{FNL}^{(i)} - P_{FNL}^{(p)})} \quad (6)$$

Siendo $P_{FNL}^{(p)} \gg \beta_{Ni} (P_{FNL}^{(i)} - P_{FNL}^{(p)})$, resulta: $\beta_i \approx \beta_{Ni} \frac{P_{FNL}^{(i)}}{P_{FNL}^{(p)}}$ (7)

asumiendo $P_{FNL}^{(i)} \approx P_{FNL}^{(d)} \forall i$, resulta: $\beta_{ef} = \sum_i \beta_i = \beta_N \frac{P_{FNL}^{(d)}}{P_{FNL}^{(p)}}$ (8)

Para un reactor térmico $P_{FNL}^{(d)} > P_{FNL}^{(p)}$, en consecuencia $\beta_{ef} > \beta_N$ (9)

En el caso ideal de un medio infinito. $P_{FNL}^{(d)} = P_{FNL}^{(p)} = 1$ entonces $\beta_{ef} = \beta_N$ Para un reactor grande donde $E \ll A$ resulta $\beta_{ef} \approx \beta_N$ (10)

2.2. Evolución de la población neutrónica

2.2.1. Hipótesis del Modelo del Reactor Puntual (MRP)

Consideremos un reactor crítico ($P=D$) y estacionario ($N(t<0) = \text{constante}$), a un nivel bajo de potencia de manera que puedan despreciarse los fenómenos de realimentación. En cierto instante ($t=0$), se produce un desbalance tal que $\frac{P}{D}(t \geq 0) \neq 1$.

Para estudiar la evolución de la densidad neutrónica en (\bar{r}, E) a partir de $t=0$, consideremos:

$$N(\bar{r}, E, t) = N^{(p)}(\bar{r}, E, t) + N^{(d)}(\bar{r}, E, t) \quad (11)$$

donde:

$N^{(p)}$: densidad neutrónica de neutrones que “nacieron” como instantáneos

$N^{(d)}$: densidad neutrónica de neutrones que “nacieron” como retardados.

Cada una de estas densidades las podemos escribir:

$$\begin{aligned} N^{(p)}(\bar{r}, E, t) &= \varphi^{(p)}(\bar{r}, E, t) * p^{(p)}(t) \\ N^{(d)}(\bar{r}, E, t) &= \varphi^{(d)}(\bar{r}, E, t) * p^{(d)}(t) \end{aligned} \quad (12)$$

donde $\varphi^{(p)}$ y $\varphi^{(d)}$ son las funciones de forma y $p^{(p)}(t)$ y $p^{(d)}(t)$ las evoluciones de la potencia proveniente de las fisiones producidas por neutrones instantáneos y retardados [1,2].

La evolución de la densidad neutrónica de neutrones instantáneos más retardados se puede escribir:

$$N(\vec{r}, E, t) = \varphi(\vec{r}, E, t) * p(t) \quad (13)$$

donde $\varphi(\vec{r}, E, t)$ es la función de forma y $p(t)$ es la evolución de la potencia.

Si las funciones $\varphi^{(p)}$ y $\varphi^{(d)}$ son independientes del tiempo y se cumple al menos una de las siguientes condiciones [1]:

i. Las funciones de forma son iguales: $\varphi^{(p)}(\vec{r}, E) = \varphi^{(d)}(\vec{r}, E)$ (14)

ii. Las evoluciones de la potencia son proporcionales:

$$p^{(p)}(t) = (\text{constante}) * p^{(d)}(t) \quad (15)$$

resulta: $N(\vec{r}, E, t) = \varphi(\vec{r}, E) * p(t)$ (16)

La ecuación (16) significa que existe separabilidad espacio-energética temporal, pues la función de forma $\varphi(\vec{r}, E)$ permanece constante y por lo tanto la evolución de la densidad neutrónica es la misma en cualquier punto del reactor y para cualquier energía y coincide con la evolución de la potencia. Esta es la hipótesis del MRP.

2.2.2. Balance en la población instantánea [1].

Viene dado por la ecuación (17)

$$\frac{dN^{(p)}(t)}{dt} = (1 - \beta_{ef})k \frac{N^{(p)}(t)}{l} + (1 - \beta_{ef})k \frac{N^{(d)}(t)}{l} - \frac{N^{(p)}(t)}{l} \quad (17)$$

Siendo:

- $l [s]$: vida media de los neutrones en el reactor.
- $k \equiv \frac{P}{D}$: constante de multiplicación efectiva.

En el segundo miembro tenemos:

Primer término: producción de neutrones instantáneos, a partir de la desaparición de neutrones instantáneos.

Segundo término: producción de neutrones instantáneos, a partir de la desaparición de neutrones retardados.

Tercer término: desaparición de neutrones instantáneos.

Si eliminamos el segundo término de la ecuación (17), lo que significa no considerar la contribución de la población retardada a la producción de neutrones instantáneos, agrupando términos resulta:

$$\frac{dN^{(p)}(t)}{dt} = \left[\frac{(1 - \beta_{ef})k}{l} - \frac{1}{l} \right] N^{(p)}(t) = \left[\frac{\frac{k-1}{k} - \beta_{ef}}{\frac{l}{k}} \right] N^{(p)}(t) \quad (18)$$

Si se define:

- el tiempo entre reproducciones $\Lambda [s] \equiv \frac{N}{P} = \frac{l}{k}$
- y la reactividad absoluta (ρ) como $\rho = \frac{P - D}{P} = \frac{k - 1}{k}$, el cual es una medida de la variación de la población neutrónica respecto al estado crítico del

reactor nuclear; así si $\rho < 0$ el reactor es subcrítico; si $\rho = 0$ el reactor es crítico y si $\rho > 0$ el reactor es hipercrítico [5].

Los factores que determinan el desbalances en la reactividad son: movimiento de barras de control y/o seguridad, quemado de combustible, formación de material fisionable y/o veneno, accidentes, fenómenos de realimentación, variación de la temperatura en el agua utilizado como material refrigerante y moderador, y la aparición de burbujas en el mismo. Los medios utilizados para controlar la reactividad son básicamente la inserción o extracción de las barras de control y/o seguridad.

Reemplazando estas definiciones en la ecuación (18) resulta:

$$\frac{dN^{(p)}(t)}{dt} = \begin{bmatrix} \rho - \beta_{ef} \\ \Lambda^* \end{bmatrix} N^{(p)}(t) = \begin{vmatrix} \frac{\rho}{\beta_{ef}} - 1 \\ \Lambda \\ \beta_{ef} \end{vmatrix} N^{(p)}(t) \quad (19)$$

La razón de la reactividad y el tiempo entre reproducciones en función a la fracción efectiva de neutrones retardados β_{ef} , cuyo valor depende de los elementos estructurales y la geometría del reactor (el cual es propio de cada reactor nuclear) definen la cantidad adimensional [13], reactividad en dólares $\$ = \frac{\rho}{\beta_{ef}}$ y el tiempo

entre reproducciones reducido $\Lambda^* = \frac{\Lambda}{\beta_{ef}}$

Finalmente la ecuación (19) resulta:

$$\frac{dN^{(p)}(t)}{dt} = \frac{(\$ - 1)}{\Lambda^*} N^{(p)}(t) \quad (20)$$

Considerando las condiciones iniciales (en $t=0$, $N^{(p)} = N_0^{(p)}$), la solución de la ecuación (20) es:

$$\text{Para } t \geq 0 : \quad N^{(p)}(t) = N_0^{(p)} e^{\left[\frac{\$-1}{\Lambda^*}\right]t} = N_0^{(p)} e^{\alpha_p t} \quad (21)$$

$$\text{Siendo:} \quad \alpha_p = \frac{(\$ - 1)}{\Lambda^*} \quad (22)$$

α_p : constante de evolución de los neutrones instantáneos.

La ecuación (21) da la evolución de la densidad de neutrones instantáneos sin considerar la contribución de neutrones retardados. Para $\$ \neq 1$, $\alpha_p = \pm 1/T_p$, siendo T_p el “período” en el cual dicha densidad se multiplica o divide por el factor “e”.

Por ejemplo, consideremos un reactor térmico (tipo el RP-10) con valores típicos de $\beta_{ef} = 0,0078$ y $\Lambda^* = 0,01\text{s}$, en estado crítico-estacionario ($\$ = 1,0$) y la situación “ideal” donde, por extracción “instantánea” de barras de control, el reactor llegara a un estado hipercrítico con $\$ = 1,1$. De la ecuación (22) se obtiene $\alpha_p=10$, luego $T_p = 0,1$ s. Este resultado muestra que con esta variación de reactividad el reactor sería incontrolable, ya que la población instantánea se multiplicaría por un factor “e=2,7” en 0,1 s.

2.2.3. Ecuaciones del MRP a m grupos de neutrones retardados

Si consideramos la contribución de los neutrones retardados o los llamamos precursores, la ecuación (20) se puede reescribir a las ecuaciones (23) y (24),

definiendo la densidad neutrónica y concentración de precursores normalizadas $n(t)$ y $c(t)$ respectivamente para m grupos de neutrones retardados como [1]:

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\beta(t)-1}{\Lambda^*} n(t) + \sum_{i=1}^m \lambda_i c_i(t) \quad (23)$$

$$\frac{dc_i(t)}{dt} = b_i \frac{n(t)}{\Lambda^*} - \lambda_i c_i(t) \quad i = 1, 2, \dots, m \quad (24)$$

Donde:

$$n(t) = \frac{N(t)}{N_0} \quad ; \quad c(t) = \frac{C(t)}{N_0} \quad (25)$$

con $N_0 = N(t=0)$

Para encontrar adecuadamente la cinética del reactor, se ha encontrado que es necesario y suficiente considerar $m = 6$ [6,7]

Las ecuaciones (23) y (24) describen el balance de la densidad neutrónica normalizada y concentración de precursores normalizada. La solución analítica de $n=n(t,\beta)$ es sumamente compleja, pues implica 7 ecuaciones diferenciales de primer orden acopladas, mediante software se obtiene la solución numérica dada en la figura 2 [8].

Para un cambio repentino de la reactividad de 0 a β , la evolución de $n(t)$ y $c(t)$ para $t \geq 0$, es descrito como:

$$\boxed{n(t \geq 0) = \sum_{j=1}^7 B_j e^{s_j t}} \quad \text{y} \quad \boxed{c(t \geq 0) = \sum_{j=1} C_j e^{s_j t}} \quad (26)$$

Con las condiciones iniciales para $t \leq 0$:

$$n_0 = n(t=0) = 1 \quad \text{y} \quad c_{i0} = c_i(t=0) = \frac{b_i}{\lambda_i \Lambda^*} \quad i=1,2,\dots,6 \quad (27)$$

donde,
$$B_j = \frac{\$}{s_j \Lambda^* + \sum_{i=1}^6 \frac{b_i \lambda_i s_j}{(s_j + \lambda_i)^2}} \quad j = 1, 2, \dots, 7 \quad (28)$$

b_i y s_j son las raíces de la ecuación (29), conocida también como la ecuación inhour:

$$\$ = s_j \Lambda^* + \sum_{i=1}^6 \frac{b_i s_j}{s_j + \lambda_i} \quad (29)$$

siendo:
$$\sum_{j=1}^7 B_j = 1 \quad (30)$$

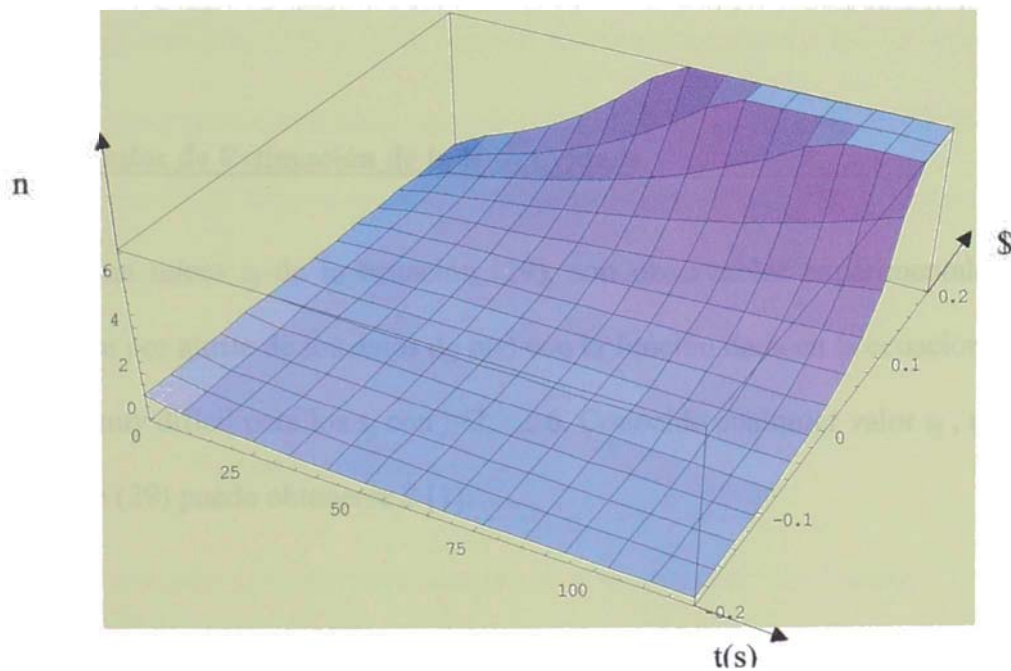


Fig. 2 Solución analítica de las ecuaciones (23) y (24)

En la tabla 1, se dan los valores para el U-235 de los juegos de constantes b_i y λ_i según Tuttle, Keepin y Cahalan and Ott [1,3]:

Tabla 1. Constantes características y de decaimiento de los neutrones retardados

i	Juego de constantes					
	Tuttle		Keepin		Cahalan and Ott	
	b_i	$\lambda_i (s^{-1})$	b_i	$\lambda_i (s^{-1})$	b_i	$\lambda_i (s^{-1})$
1	0.038	0.0127	0.033	0.0124	0.036	0.0129
2	0.213	0.0317	0.219	0.0305	0.221	0.0311
3	0.188	0.1150	0.196	0.1110	0.212	0.1340
4	0.407	0.3110	0.395	0.3010	0.381	0.3310
5	0.128	1.4000	0.115	1.1400	0.108	1.2600
6	0.026	3.8700	0.042	3.0100	0.042	3.2100

2.3. Métodos de Estimación de la Reactividad

Las raíces s_j de la ecuación (29), son observables experimentales. Pueden obtenerse por ajuste de los datos de $n(t)$ con la función dada en la ecuación (26), pero esto es muy difícil para los s_j con $j=2, \dots, 6$. Conocido cualquier valor s_j , mediante la ecuación (29) puede obtenerse β [1].

Las raíces de la ecuación inhour, que pueden obtenerse a partir de datos experimentales con un “error aceptable”, son $s_1 \equiv \pm \frac{1}{T}$ y $s_7 \equiv -\alpha$.

Generalizando la ecuación (29) se obtiene la ecuación inhour para estas raíces:

$$\boxed{\$ \equiv \pm \frac{\Lambda^*}{T} + \sum_{i=1}^6 \frac{b_i}{1 \pm \lambda_i T}} \quad (31)$$

y

$$\$ = -\Lambda^* \alpha - \sum_{i=1}^6 \frac{b_i \alpha}{\lambda_i - \alpha} \quad (32)$$

Para $\alpha \gg \lambda$

$$\$ \approx 1 - \Lambda^* \alpha \quad (33)$$

2.3.1. Métodos de ruido y fuente pulsada

La ecuación (31) ó (32), permite obtener \$ conocidos los valores de Λ^* y α . El valor de α puede obtenerse, para $\$ < 0$, mediante el método de “fuente pulsada” [5] ó mediante la “técnica de ruido” y mediante esta última técnica, puede obtenerse también el valor de Λ^*

2.3.2. Período asintótico

La ecuación (31) permite obtener $\$ > 0$, a través del llamado “método del período asintótico”, en el cual “T” se obtiene midiendo el “tiempo de duplicación” de $n(t)$, que llamaremos Δt_2 , siendo:

$$T = \frac{\Delta t_2}{\ln 2} \quad (34)$$

Este método puede aplicarse con el instrumental propio del reactor y un cronómetro. Una vez transcurrido el transitorio, la evolución $N(r,t)$ es la misma en cualquier punto del reactor [9].

2.3.3. Cinética directa e inversa

El sistema de ecuaciones (23) y (24), tiene solución analítica en el caso de una variación de $\$$ tipo escalón de 0 a $\$$. Para una $\$(t)$ arbitraria, el sistema se resuelve mediante métodos numéricos. Considerando valores discretos (t_k, n_k) y asumiendo una variación lineal de $n(t)$ entre dos valores sucesivos, se obtienen para el MRP las siguientes relaciones de recurrencia [1,6].

$$n_k = \frac{n_{k-1} \left[1 - \frac{\Lambda^*}{\delta t} - \sum_{i=1}^6 b_i (1 - e_i) \left(\frac{1 + \lambda_i \delta t}{\lambda_i \delta t} \right) \right] - \Lambda^* \sum_{i=1}^6 \lambda_i c_{i(k-1)} e_i}{(\$_k - 1) - \frac{\Lambda^*}{\delta t} - \sum_{i=1}^6 \frac{b_i}{\lambda_i \delta t} (1 - e_i) + 1} \quad (35)$$

$$\$_k = 1 + \frac{\Lambda^*}{n_k} \left[\frac{n_k - n_{k-1}}{\delta t} - \sum_{i=1}^6 \lambda_i c_{ik} \right] \quad (36)$$

$$c_{ik} = c_{i(k-1)} e_i + \frac{b_i}{\Lambda^* \lambda_i} \left\{ \left[n_{k-1} - \frac{n_k - n_{k-1}}{\lambda_i \delta t} \right] [1 - e_i] + n_k - n_{k-1} \right\} \quad (37)$$

siendo: $e_i = e^{-\lambda_i \delta t}$ y $\delta t = t_k - t_{k-1}$.

Por el procedimiento denominado “cinética directa”, dados los valores β_k se obtienen los valores $n(t_k) = n_k$ mediante las ecuaciones (35) y (36). Esto se usa para estudios de simulación.

Por el procedimiento denominado “cinética inversa”, dados los valores $n(t_k)$, se obtienen el comportamiento de la función $\beta_p(t_k) = \beta_k$ mediante las ecuaciones (35) y (37). Los valores de esta función son precisamente los obtenidos experimentalmente las cuales se pueden visualizar en una reactimetro digital en tiempo real en plena operación del reactor.

Experimentalmente en el método de estimación de la reactividad basados en la cinética inversa se mide mediante una cámara de ionización compensada la evolución de la tasa de detección normalizada $C_N(t) = \frac{CR(t)}{CR_0}$, siendo CR_0 y $CR(t)$ los valores de la tasa de detección previa y posterior a la inserción de reactividad $\beta(t)$ en $t=t_0$, mediante la extracción de las barras de control y/o seguridad [6].

La tasa de detección esta relacionada con el flujo neutrónico y la sección eficaz de absorción del detector ($\Sigma_d(\bar{r}, E)$) por:

$$CR(t) = \int_{V_{det}} \int_{\forall E} \Sigma_d(\bar{r}, E) \phi(\bar{r}, E, t) dE dV \quad (38)$$

Para $t \geq t_0$ el flujo neutrónico se puede factorizar:

$$\phi(\vec{r}, E, t) = \psi(\vec{r}, E, t) * h(t) \quad (39)$$

donde $\psi(\vec{r}, E, t)$ es la función de forma del detector y $h(t) = \frac{N(t)/\Lambda(t)}{N(t_0)/\Lambda(t_0)}$ es una función

temporal asociada a los neutrones que atraviesan el detector.

Si se verifican las hipótesis del Modelo del Reactor Puntual (MRP) resulta:

$$\phi(\vec{r}, E, t) = \psi(\vec{r}, E) * h(t) \quad (40)$$

$$\Lambda(t) = \Lambda(t_0) \quad (41)$$

y en consecuencia

$$C_N(t) = \frac{N(t)}{N(t_0)} = n(t) \quad (42)$$

donde los valores de $n(t)$ están relacionados con los de $\$(t)$ por las ecuaciones (23) y (24).

En los métodos de cinética inversa basados en el MRP, a partir de los valores $C_N(t_k)$ detectables por la cámara de ionización compensada, se utilizan las ecuaciones (35), (36) y (37) obteniéndose $\$(t_k)$.

2.3.4. Factor de seguridad en reactividad (FSR)

A la suma del valor en reactividad de todas las barras de seguridad y control se le conoce como la reactividad del banco de barras ($\$_{\text{Banco de barras}}$). A la reactividad máxima obtenida mediante la extracción al 100% de las barras de control se le conoce como el exceso de reactividad ($\$_{\text{exceso}}$) del reactor de investigación [5].

El FSR expresa la razón entre la reactividad del banco de barras y el exceso:

$$FSR = \frac{\$_{\text{Banco de barras}}}{\$_{\text{exceso}}} \quad (43)$$

El FSR representa un parámetro de seguridad en la operación del reactor, su valor no debe ser menor de 1,5 [11].

CAPÍTULO 3

PARTE EXPERIMENTAL

3.1. El reactor nuclear RP10

El reactor de investigación RP10 es un reactor de 10 MW tipo piscina con elementos combustibles MTR tipo placa. Usa como elementos reflectores el berilio y el grafito. Usa agua ligera como refrigerante, reflector externo y como blindaje. La piscina de agua contiene el núcleo, las facilidades de irradiación, parte del sistema primario de refrigeración, y dispositivos de vigilancia y control.

El reactor puede ser usado ya sea para irradiaciones dentro del núcleo (incore) (producción de radioisótopos, pruebas y experimentos de irradiación, análisis por activación neutrónica) o para experimentos de haces tubulares. Adicionalmente el reactor puede ser usado para entrenamiento [4]

Para el control y parada del reactor se usa absorbedores tipo tenedor (material absorbente: AgInCd) y una barra de control fina con una cuchilla de acero como material absorbente. El combustible consiste de un óxido de uranio disperso en una matriz de aluminio (U_3O_8 -Al) enriquecido al 19.8% de U-235 con una carga aproximada de 280 g de U-235 por elemento combustible. La operación del reactor es monitoreada y protegida por el sistema de protección del reactor, el cual está establecido de acuerdo a una lógica apropiada de la total inserción de las barras de control y seguridad en los elementos combustibles (scram o “caída de barras”) a fin de parar la reacción neutrónica en cadena.

El tanque principal es de forma cilíndrica de altura 11,2 m y diámetro 4 m; contiguo a éste está la pileta auxiliar para depositar temporalmente los elementos combustibles irradiados y otros materiales activados que necesiten de un blindaje de agua. El núcleo está conformado de 24 elementos combustibles normales, 3 elementos de seguridad y 2 elementos de control; estos elementos están dispuestos verticalmente mediante una boquilla tubular sobre una grilla en el fondo del tanque principal, con los cuales se logra diferentes configuraciones del núcleo. Los elementos combustibles, son ensamblajes constituidos por 16 placas combustible dispuestos en forma paralela con un espacio entre cada placa (3,3 mm) para la circulación del agua refrigerante. Las dimensiones de cada placa incluyendo el revestimiento metálico son 70,75×655×1,76 mm. Las medidas de la parte activa de cada placa son 62,75×615×1,0 mm.

3.2. Sistema de medición

3.2.1. Descripción del Sistema [10]

Las mediciones se realizan utilizando un sistema de detección, adquisición y procesamiento de señales, constituido por una cámara de ionización compensada, amplificadores y filtros de bajo ruido eléctrico y computadora personal con una tarjeta conversora analógica – digital. A continuación se detalla el instrumental utilizado en el sistema de medición cuya fotografía se muestra en la figura 3:



Figura 3. Sistema de medición de la reactividad

- 1 cámara de ionización compensada (CIC), con un blindaje de plomo de 1 cm de espesor para reducir el flujo gamma. Su finalidad es transformar la lectura en

neutrones térmicos en una corriente continua linealmente proporcional entre 10^{-11} A y 10^{-3} A. En la figura 4 se muestra el diagrama de una CIC.

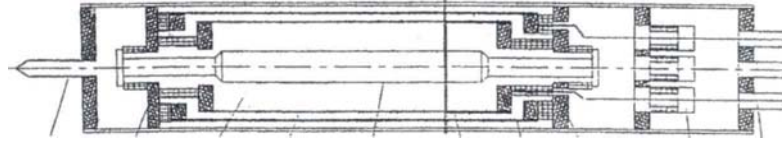


Figura 4. Estructura interna de la CIC CI-PT9/1. INVAP [11]

- Un contenedor de estanco para dicha cámara, que permita su ubicación cerca del núcleo del reactor.
- Una fuente de alta tensión (FAT) de bajo ruido eléctrico para polarización de la cámara (CANBERRA Modelo 3002).
- Un amplificador lineal corriente – tensión (AIV) modelo CNEA – K330, con las siguientes características:

- Módulo tipo NIM.
- Entrada de corriente $10^{-9} \text{ A} < I(t) < 10^{-3} \text{ A}$
- Salidas en tensión: $V_{\text{max}} = \pm 10 \text{ V}$
- a) $V(t) = G * I(t)$ con $G = m * 10^n$; $m = 1, 3$; $n = 4, \dots, 9$
- b) $\delta V(t) = K * G * \delta I(t)$ con $K = m * 10^2$; $m = 1, 2, 4, 6, 8$.
- Ruido eléctrico en salida a) $< \pm 10 \text{ mV}$ para $I(t) \geq 10^{-8} \text{ A}$.
- Función transferencia: plana ($< 0.1 \text{ dB}$), en un ancho de banda (BW) de 0 a 200 Hz.
- Conectores de entrada y salida tipo BNC.
- Alinealidad $< 1\%$.

- Indicación de saturación de salida $\delta V(t)$ en $\pm 5V$ (compatible con la entrada del filtro antialiasing).
- Un filtro antialiasing (FA) modelo CNEA – K231, con dos anchos de banda cada uno: $BW = 40 \text{ Hz}$ y $BW = 200 \text{ Hz}$. Estos filtros tienen las siguientes características:
 - Módulo tipo NIM.
 - Función transferencia plana en el BW correspondiente ($< 0.1 \text{ dB}$), con un corte $\gg 140 \text{ dB}$ por octava.
 - Ruido eléctrico de salida $< \pm 10 \text{ mV}$.
 - Entrada y salida en tensión $V_{\max} = \pm 5V$, con conectores tipo BNC.
- 1 Amplificador lineal tensión – tensión (AVV) modelo CNEA – K341, de 4 canales con las siguientes características:
 - Con fuente de alimentación propia (o módulo tipo NIM).
 - Entrada en tensión: 0 a 10 V.
 - Salida en tensión: 0 a 10 V.
 - Ganancia continua de 1 a 10.
 - Ruido eléctrico de salida $< 5 \text{ mV}$.
 - Función transferencia con frecuencia de corte de 3Hz con 18 dB por octava.
 - Una llave en cada canal, que permite desconectar la señal de entrada e introducir una señal de prueba de 0.5 V.
 - Conectores de entrada y salida tipo BNC.
 - Alinealidad $< 1\%$.

- 1 sistema de computación (SC) formado por una PC (> 40 MHz) con tarjeta VGA, impresora y tarjeta conversora analógica – digital (CAD) PCL818H.
- 1 Bornera (B) con 16 conectores BNC, para introducir las señales a la tarjeta (CAD).

3.2.1. Descripción del programa de computación utilizado [10]

El software utilizado fue desarrollado en el Grupo de Física Experimental de Reactores del Comisión Nacional de Energía Atómica – Argentina (CNEA) y está constituido por el programa denominado **FERCIN-1**.

Programa “FERCIN-1”:

Con este programa se obtienen las curvas de calibración en reactividad de dos barras de control, introduciendo una y extrayendo la otra en N pasos sucesivos. En cada paso se lleva el reactor a su estado estacionario, y en $t=t_0$ se mide en un intervalo de 0,06s 10 valores de la corriente $I(t_0)$ proveniente de la cámara de ionización compensada (CIC), con cuyo promedio se calcula el voltaje $V(t_0)$, el cual es proporcional a la tasa de detección CR_0 . A continuación se extrae una barra y se inserta la otra, midiendo similarmente $I(t)$ y el voltaje $V(t)$, traduciéndose en $CR(t)$.

Así para cada paso el programa evalúa $C_N(t) = \frac{CR(t)}{CR_0}$ el cual es igual a $n(t)$ según la

ecuación (42), finalmente se calcula la $\rho(t)$ a través de las ecuaciones (35), (36) y (37).

Los valores de porcentaje de extracción (X_n) de cada barra deben ser leídos y anotados en cada paso “n” de la calibración, finalizada la calibración se introducen los valores X_n por teclado.

Los resultados (ρ_n, X_n) ($n=1,2,\dots,N$) de la calibración, son almacenados en el disco. A partir de los resultados de la calibración se estima el exceso de reactividad del núcleo del reactor, usando técnicas de interpolación para hallar la reactividad a porcentajes no medidos.

Figura 5: Diagrama del sistema de medición con dos CIC

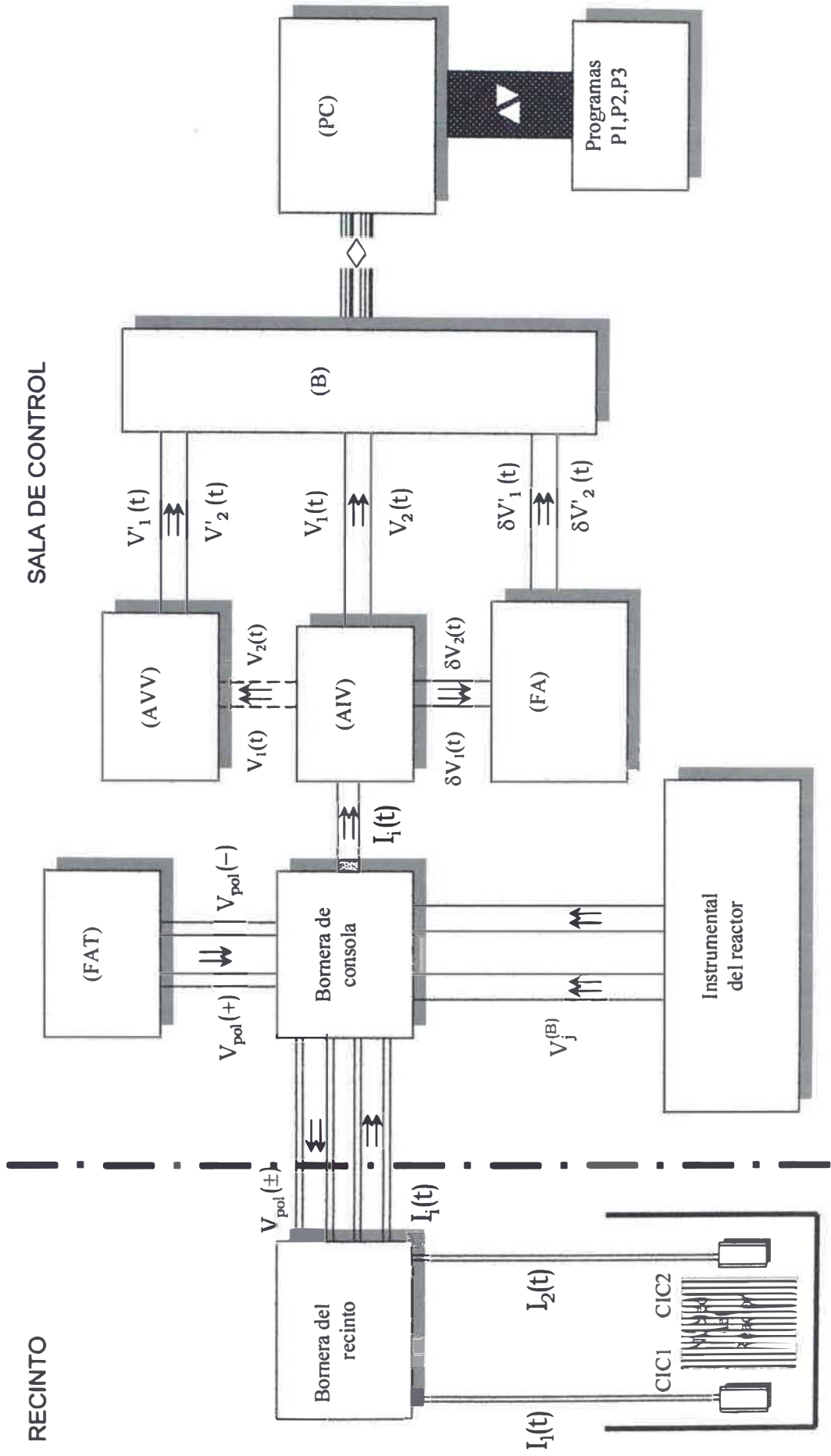
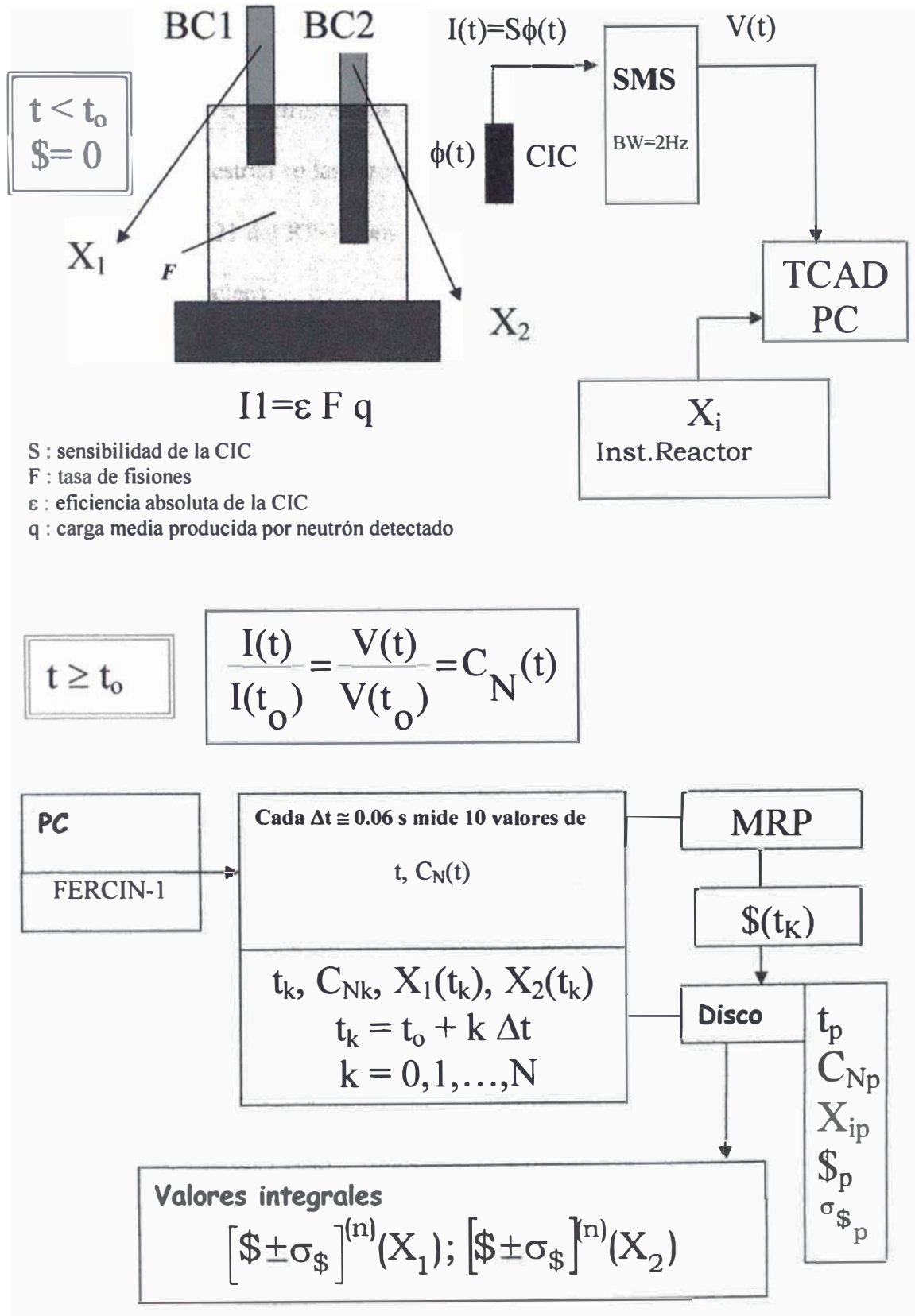


Figura 6. Diagrama de flujo del sistema de medición para la calibración de barras de control y seguridad.



3.2. Medición de reactividad: calibración de barras

Utilizando el programa FERCIN-1 y según la descripción dada sobre la operación de dicho programa, se realizó la calibración del porcentaje de extracción versus reactividad de las tres barras de control y las tres barras de seguridad del RP-10, tal como se muestran en las figuras 9 y 10, bajo las siguientes condiciones:

- Núcleo 21 del RP-10 (en la figura 8 se presenta la distribución estructural de dicho núcleo)
- Fecha de experiencia: 12 y 13 de Octubre del 2000
- Corriente de cámara de marcha 4 (CM4) = $0.14 \cdot 10^{-9}$ A
- Con CIC ubicada en la posición G9 del núcleo
- Se usaron las constantes de Tuttle y $\beta_{ef} = 0,0078$, se tomaron estos valores por recomendación del Centro Nacional de Energía Atómica (CNEA), Argentina, diseñadores y constructores del RP-10 [15].

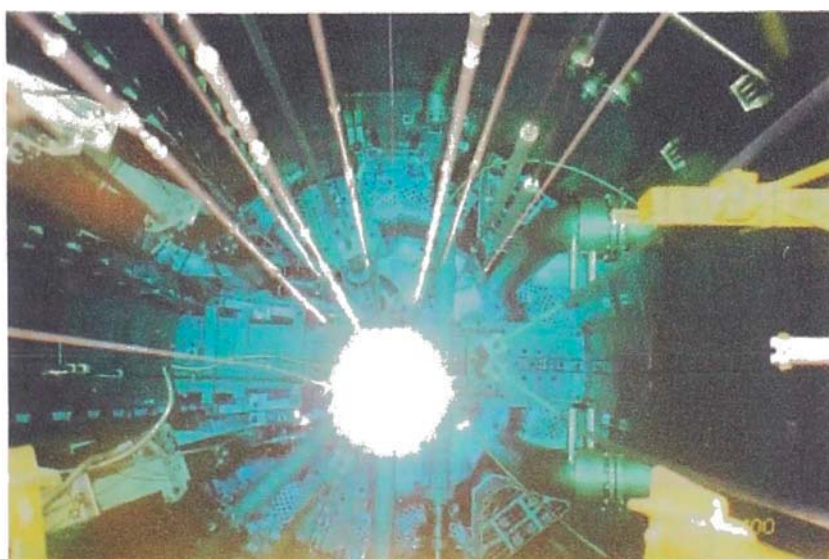


Figura 7. Ubicación de la CIC en el núcleo 21 del reactor RP-10

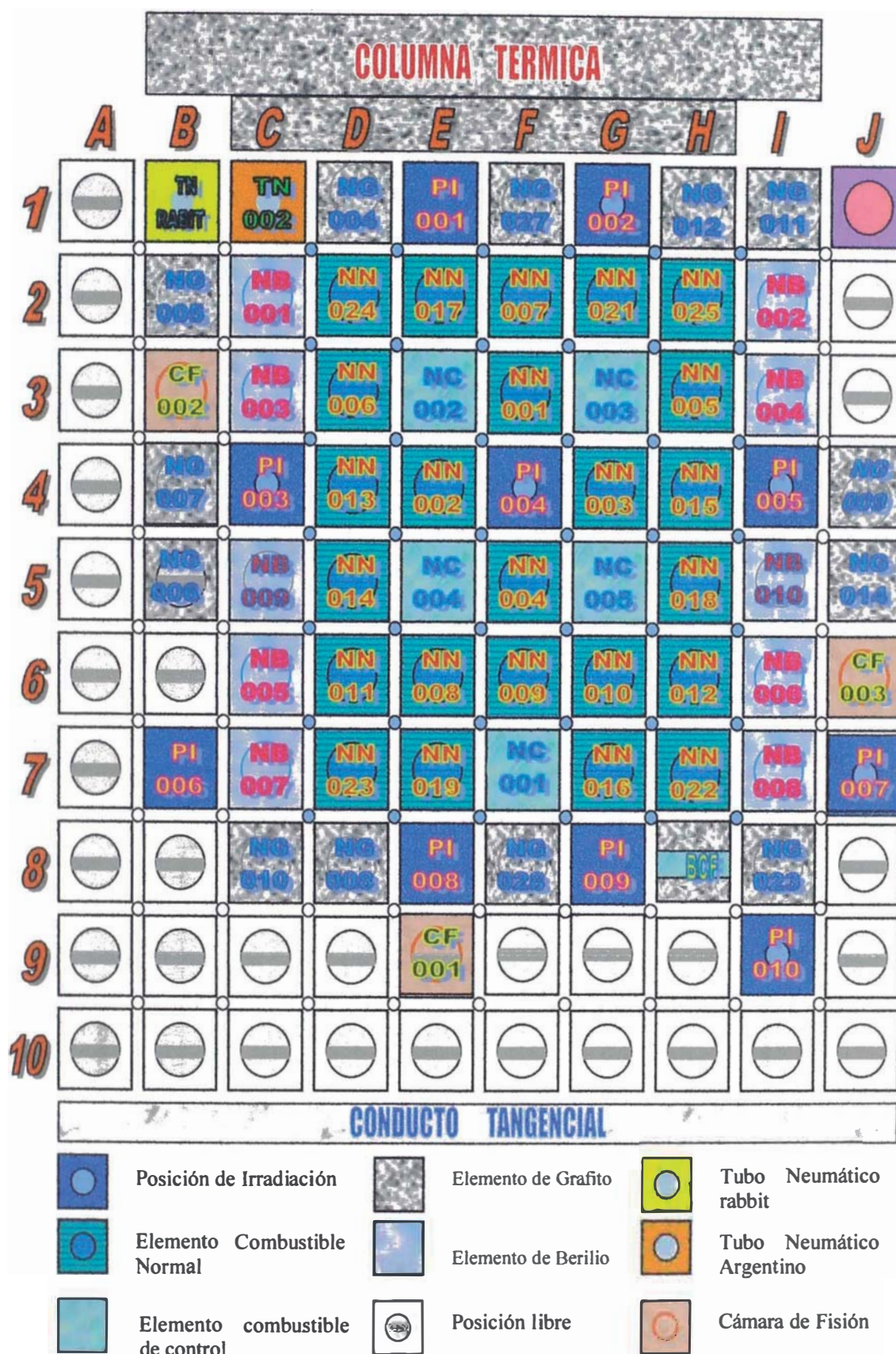


Figura 8 Configuración 21 del núcleo del RP10, modificado el 10 de octubre del 2000

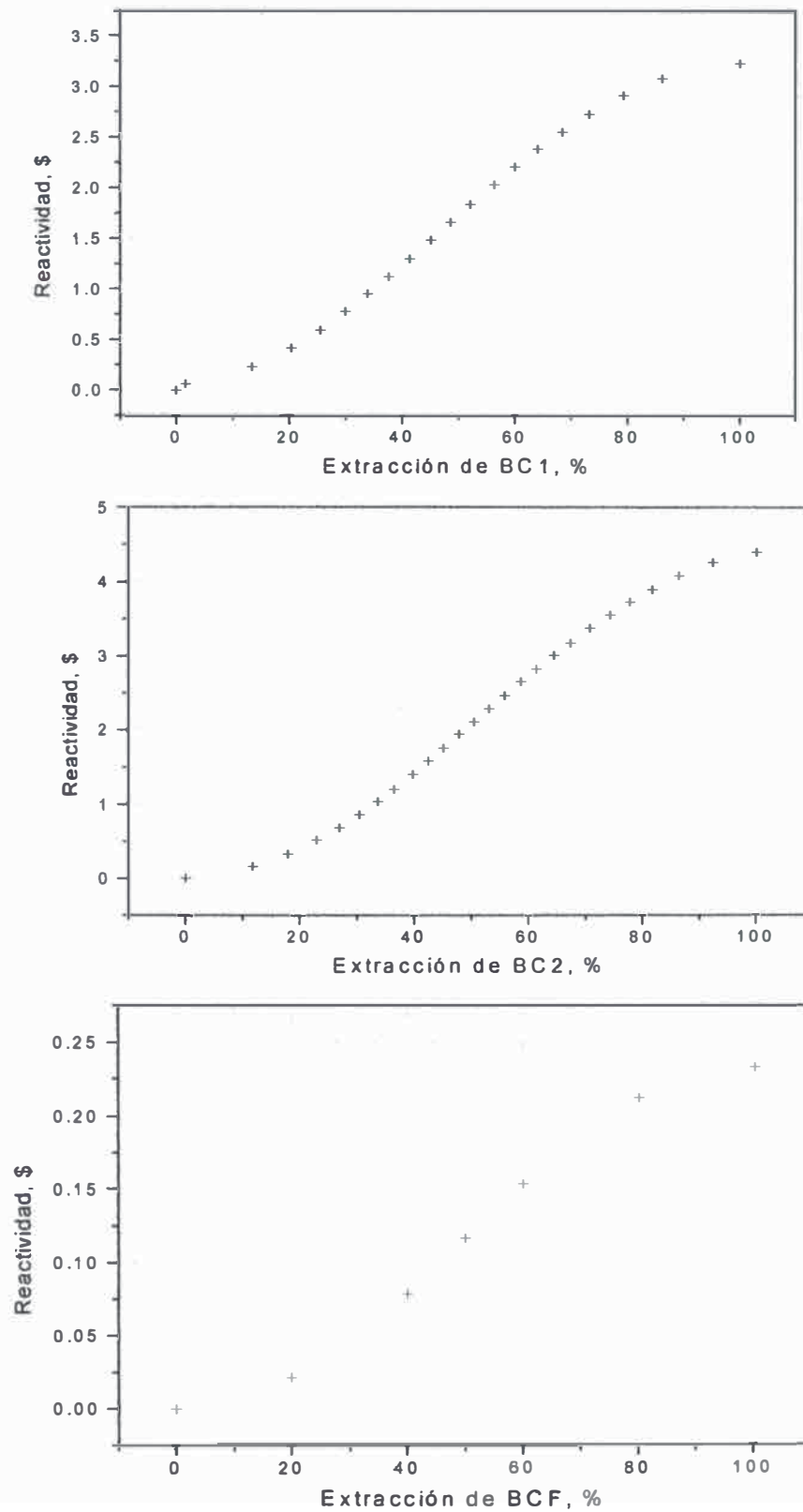


Figura 9. Calibración de la reactividad de las barras de control

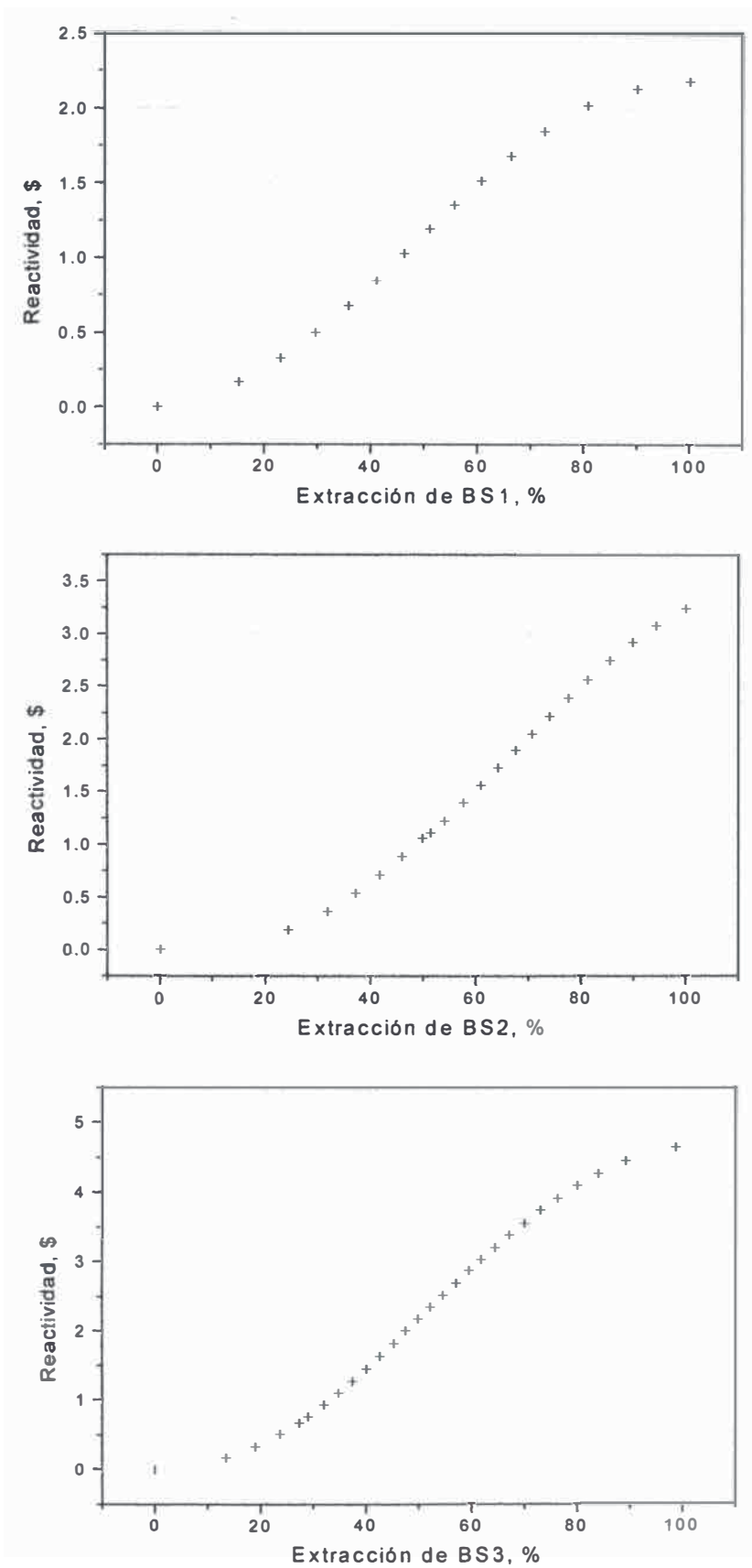


Figura 10. Calibración de la reactividad de las barras de seguridad

De las calibraciones realizadas, en la tabla 2 se muestran los valores integrales de reactividad de las 6 barras, el peso total del banco de barras, el exceso de reactividad y el factor de seguridad en reactividad (FSR), el cual supera el mínimo de 1,5 de las normas relativas al diseño neutrónico y termo hidráulico del núcleo de reactores de investigación [11], asegurando el control y extinción (frente a un accidente) del RP-10 [15].

Tabla 2. Valor de la barras de control y seguridad para el núcleo 21 del RP 10

BC1	$(3.2457 \pm 0.0005) \$$
BC2	$(4.4030 \pm 0.0006) \$$
BS1	$(2.1842 \pm 0.0004) \$$
BS2	$(3.2439 \pm 0.0005) \$$
BS3	$(4.6622 \pm 0.0006) \$$
BCF	$(0.2330 \pm 0.0001) \$$
$\$_{\text{banco}}$	$(17.9719 \pm 0.0011) \$$
$\$_{\text{exceso}}^*$	$(5.7354 \pm 0.0028) \$$
FSR	3.1335 ± 0.0016

* El $\$_{\text{exceso}}$ se calcula con la posición inicial de las barras de seguridad (BS1, BS2 y BS3) y control (BC1, BC2 y BCF) antes del inicio de la calibración [16], que para nuestra medición fueron de BS1=BS2=BS3=BCF=100% BC1=30% y BC2=34.7% extraídas.

El programa FERCIN-1 calcula el $\$_{exceso}$ de la siguiente manera:

$$\$_{exceso} = \$(BC1 : 30\% \rightarrow 100\%) + \$(BC2 : 34,7\% \rightarrow 100\%)$$

$$\$_{exceso} = \{ \underbrace{\$(BC1 : 0\% \rightarrow 100\%)}_{\text{Valor integral en reactividad de BC1}} - \underbrace{\$(BC1 : 0\% \rightarrow 30\%)}_{\text{De la interpolación de la calibración de BC1}} \} + \{ \underbrace{\$(BC2 : 0\% \rightarrow 100\%)}_{\text{Valor integral en reactividad de BC2}} - \underbrace{\$(BC2 : 0\% \rightarrow 34,7\%)}_{\text{De la interpolación de la calibración de BC2}} \}$$

$$\$_{exceso} = \{3,2457\$ - 0,7853\$ \} + \{4,4030\$ - 1,1280\$ \}$$

$$\$_{exceso} = 5,7354\$$$

CAPÍTULO 4

DISCUSIÓN DE RESULTADOS

Se ha implementado un sistema que mide on-line el parámetro más importante en la operación segura de un reactor nuclear: la reactividad, mediante una técnica confiable, pues hace un tratamiento estadístico de los datos adquiridos mediante un sistema digital; además es segura y casi instantánea en razón a las técnicas tradicionales que se hacían manualmente y con inherentes mayores errores sistemáticos en su medición [13].

La técnica que usamos de la cinética inversa fue considerando al reactor como puntual, en el cual la posición de la cámara de ionización compensada es indiferente a la medición de la reactividad, pero realmente el reactor no es puntual, por ello se utilizan otros modelos, como el modal, en el cual se toman en cuenta los efectos espaciales con respecto a la posición de las cámaras, siendo esta técnica apropiada con al menos 2 CIC [12].

Los valores obtenidos de la reactividad de la barra de control 2 (BC2) y seguridad 3 (BS3) superan los valores máximos de reactividad de 3,85 \$ [11], lo cual no es aconsejable, pues se les asigna “demasiada responsabilidad” a estas barras en el control de seguridad en la operación del reactor.

Respecto al FSR se superó el valor mínimo exigido por las normas, garantizando la operación segura del reactor nuclear.

Para trabajos futuros se considera que con dos CIC se puede medir diferentes parámetros nucleares, tal como [12]:

- la potencia por la técnica de ruido neutrónico, el cual teóricamente se deben hacer con dos CIC; por ello, las mediciones de potencia que se hizo preliminarmente con una sola CIC no lo presentamos por considerarlos no confiables [14].
- la efectividad de la(s) barra(s) de control y/o seguridad (rod drop) por el método de Cinética Espacial Modal, el cual toma en cuenta parámetros geométricos y estructurales del núcleo. Los métodos tradicionales de rod drop son basados en el Modelo de Reactor Puntual, cuyo resultado depende de la posición de la cámara; teóricamente el método de Cinética Espacial Modal minimiza ésta dependencia en la posición de la cámara. Para evaluar

este fundamento es necesario medir simultáneamente el rod drop de la(s) barra(s) con dos CIC ubicadas en dos posiciones muy distintas del núcleo.

- el beta efectivo, combinando las técnicas de Ruido Neutrónico y Activación de Hojuelas, ambos métodos hoy factibles de realizar.

CONCLUSIONES

1. Usando la técnica de la cinética inversa y basado en el modelo de reactor puntual, se calibró en reactividad a diferentes porcentajes de extracción las dos barras de control, las tres barras de seguridad y la barra de control fino, obteniéndose una reactividad de todo el banco para la configuración del núcleo 21 del RP10 de $(17,9719 \pm 0,0011) \$$, un exceso de reactividad de $(5,7354 \pm 0,0028) \$$ y un FSR de $(3,1335 \pm 0,0016)$, cuyo valor garantiza la operación segura del reactor RP10.
2. Las calibraciones realizadas fueron hechas con una sola CIC, en este sentido las mediciones realizadas son de carácter preliminar, pudiéndose optimizar y medir otros parámetros nucleares con dos CIC.

AGRADECIMIENTOS

Agradezco al Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN) por acogerme para realizar la parte experimental de este informe, especialmente al Mg. Rubén Bruna, Dr. Agustín Zuñiga, a mis amigos de trabajo Pablo y Magaly, y a todo el personal del grupo de Cálculo, Análisis y Seguridad, como Operaciones del Reactor RP10.

También expreso un profundo agradecimiento al Dr. Ángel Gómez del Centro Nacional de Energía Atómica (CNEA), Argentina, por habernos brindado mucho material bibliográfico, especialmente manuales técnicos y su asesoramiento tanto en la parte teórico como experimental, aún desde la distancia y sin conocernos.

Finalmente un inmenso agradecimiento al Dr. Heriberto Sánchez, por asesorarme y apoyarme en la culminación de este informe.

REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1. Gómez A. "Cinética de Reactores", Postgrado en Reactores Nucleares - Módulo de Física de reactores" I.E.S.d.E. Buenos Aires, Argentina. 1997
2. Duderstadt J.J. and Hamilton L.J. "Nuclear Reactor Analysis", J. Wiley & Sons, Inc. New York. 1976.
3. Keeping, R. Physics of Nuclear Kinetics, Addison Wesley, Mass. 1965
4. Montoya, M. Física nuclear. Serie Ciencias. Editorial Hozlo S.R.L. Lima, 1996
5. Tanarro, A. Diccionario sobre Tecnología Nuclear. Foro de la Industria Nuclear Española. 2001
6. Gómez A. Y Waldman R. "Medición de parámetros cinéticos en el RA-4". CNEA.C.RCN.ITE. 097. Buenos Aires, Argentina. 1998.
7. Gómez A., Waldman R. "A method to reduce space-time effects in the measurement of reactivities by the dro-drop technique". Ann. Nucl. Energy, vol 21, No 10 pp 613-628. Buenos Aires, Argentina. 1994.
8. Oré J., Paredez P. and Bruna R. Medición de parámetros cinéticos en reactores nucleares de investigación por las técnicas de ruido neutrónico, cinética inversa y cinética espacial modal. III Encuentro Peruano de Física. Lima 2001.

9. Zuñiga, A. Métodos experimentales de medición de reactividad. Informe Nuclear. Tomo II, N°1, Lima. 1983.
10. Gómez A. “Programas de computación utilizados en la medición de parámetros cinéticos” CNEA.C.RCN. MUS.027. Buenos Aires, Argentina. 2000
11. Guía AR 4. Diseño de reactores nucleares de investigación. Aprobada por Resolución ARN N° 21/02. Autoridad Regulatoria Nuclear. Buenos Aires, Argentina. 2003.
12. Gómez A., Waldman R. And Laggiard E. “Measurement of Power in Research Reactors using the neutron noise technique”. Ann. Nucl. Energy 19, 267, Buenos Aires, Argentina. 1992.
13. Zapata M., Bruna R. and Llosa M. “Implementación de un sistema de medición para la determinación de parámetros nucleares mediante las técnicas de cinética inversa y ruido neutrónico”. Revista de Investigación en Física. Vol. 7 N° 1,2 (2004) 71-75.
14. Bruna R., Oré J. Paredes P. “Medición de potencia para la configuración 7A4 del Reactor RP0, usando la Técnica de Ruido Neutrónico”. IPEN-DGI-CASE. 2000
15. Castro J., Bruna R., Urcia A. and Arrieta R. “Calibración de las barras de control y seguridad para la configuración N° 20 del reactor nuclear RP-10”. DRE-DOR-ME-0041-IPEN. 2000
16. Zuñiga A., Bruna R., Vela M. “Calibración de las barras de control para el núcleo N° 19 RP-10”. Reporte técnico N° 003-98 DGI/DR/GCAS/LABFER.